

福島第一原発 1 号機における非常用復水器の冷却性能評価 に関する研究

Study on Evaluation of Cooling Capacity of Isolation Condenser in Fukushima Daiichi Unit 1

北海道大学	山本 泰功	Yasunori YAMAMOTO	Member
北海道大学	奈良林 直	Tadashi NARABAYASHI	Member
北海道大学	倉 佑希	Yuki KURA	Member
北海道大学	千葉 豪	Go CHIBA	

In the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant unit 1, isolation condenser (IC) should play an important role in core cooling during the station blackout. To evaluate cooling capacity of the IC, two phase flow analyses with the TRAC-BF1 code and experiments simulating the IC were conducted. The analyses for the actual BWR indicated that the decay heat could be removed if the IC worked properly at 18:18. However, our results showed that core uncover occurred at 17:30, which led to hydrogen production from the heated core. Further efforts should be made to properly consider the effect of hydrogen accumulation on degradation of core cooling. In the experiments, natural convection observed and the heat could be removed by the IC at high pressure conditions.

Keywords: Isolation Condenser, TRAC-BF1, Fukushima Daiichi, Unit 1, Core cooling

1. 緒言

福島第一原子力発電所では、2011年3月11日に発生した東日本大震災の際に、1号機から4号機において外部電源及び非常用電源が全て失われ全交流電源喪失の事態に陥った。非常用復水器（IC）は電源を必要としない静的炉心冷却系であり、1号機では運転員がICを手動停止させるまでは炉心冷却機能が維持できていたと考えられる[1]。その後、18時18分にICの再起動が試みられたが、炉心が露出しジルコニウム・水反応によって発生した水素が熱伝達を阻害して炉心が冷却できない状態に陥っていた可能性がある。福島第一発電所1号機における事故の進展を正しく理解し適切な対策を講じるためには、炉心冷却機能を担っていたICの事故時の冷却性能と作動条件を明らかにする必要がある。

ICを使用する際には7MPa程度までの圧力が想定されるため、事故時のICの冷却性能を正しく評価するために

は圧力の影響を適切に考慮する必要がある。しかし、BWRの実機相当の高圧条件下における蒸気凝縮熱伝達の定量的な公表データはほとんど存在しない。そこで、本研究ではTRAC-BF1コード[2]を用いた解析によって福島第一原子力発電所1号機を模擬した体系でのICの除熱能力の評価を行うと共に、実機相当の高圧条件下におけるICの模擬実験による検証を行った。

2. 実機解析

福島第一原子力発電所1号機を模擬した体系を作成し、原子炉システム過渡解析コードTRAC-BF1[2]を用いた解析を実施した。解析に使用した非常用復水器系と再循環系のノード図を図1に示す。図2に圧力の解析結果と運転記録[3]との比較を示す。ここで、地震発生後の全制御棒挿入時刻を0sとして表示しており、政府報告書[4]に記載されているイベントを抽出してICの起動と停止を設定した。解析については、18時18分から18時25分までA系のICを起動させたCase1と何らかの理由でICが起動しなかったCase2の比較を行った。運転記録[3]より、地震発生300秒後にICの2基が起動し、原子炉圧力が7.2MPaから4.6MPaに減少した後、ICの手動停止によ

連絡先：山本泰功、〒060-8628 北海道札幌市北区北
13条西8丁目
北海道大学大学院工学研究院
E-mail: yasu-yamamoto@eng.hokudai.ac.jp

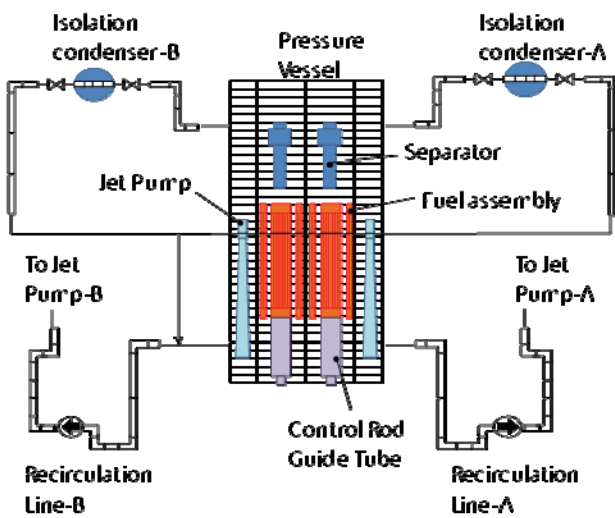


図1 実機BWRを模擬した解析体系

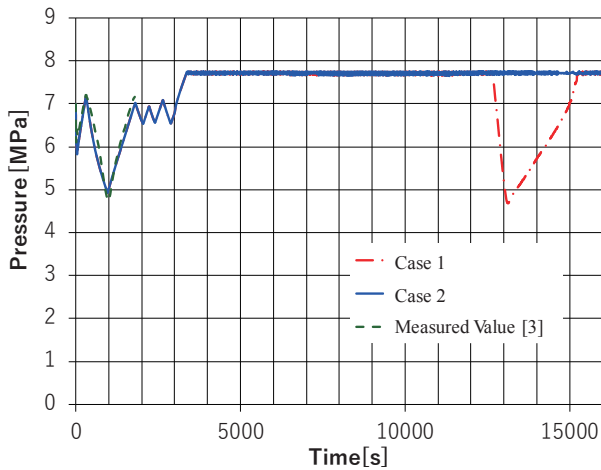


図2 原子炉容器圧力の時間変化

て圧力が7.2MPaまで上昇している。解析結果でもICの起動停止による圧力の変化については同様の傾向が再現できている。解析結果のCase1とCase2を比較するとICの起動に成功した場合は18時18分から18時25分間に圧力は約4.7MPa程度まで低下しており、ICが正常に起動できた場合は崩壊熱除去に必要な除熱能力を十分有している結果となった。

図3に有効燃料頂部(TAF)を基準とした原子炉容器水位の時間変化の解析結果を示す。17時30分に水位が0m以下となり炉心が露出する結果となった。ICの再起動が試みられた18時18分以前に炉心が露出していたという解析結果は先行研究[5,6]と一致している。炉心が露出するとジルコニウム・水反応の結果として発生する水素によって伝熱管内での熱伝達率の低下やICの作動に必要な自然循環流が阻害される等の影響が考えられる。そ

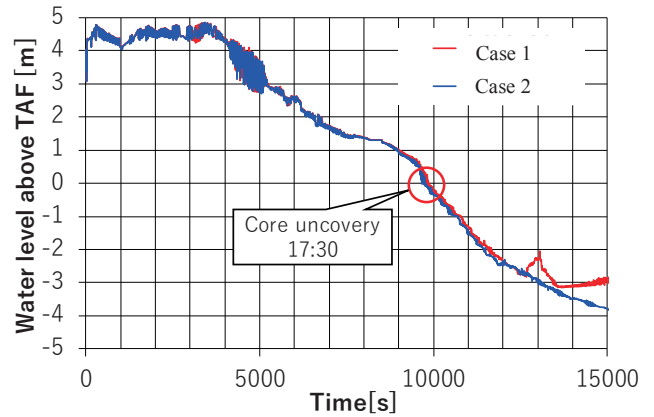


図3 原子炉容器水位の時間変化

のため、18時18分以降のICの作動状況と冷却性能を正しく評価するためには、非凝縮性ガスである水素の影響を適切に考慮した評価が必要である。BWRで想定される高圧条件下における蒸気凝縮熱伝達や非凝縮性ガスの影響については公開された定量的データがほとんどないため、実験体系で解析モデルの適用性を確認しておくことが望ましい。

3. 高圧可視化実験

BWRで想定される高圧条件下におけるICの除熱能力を検証するために非常用復水器を模擬した高圧可視化実験を実施した[6]。実験装置は压力容器とIC模型部を組み合わせた図4のような構成となっている。IC模型部は冷却水タンクとA系とB系の2本のU字型伝熱管から構成されており、伝熱管には長さ1m、内径10.9mmのステンレス鋼の管が使用されている。実機BWRではICが压力容器の上方に配置されており、压力容器内とIC装置内の水面の高さの差による水頭差圧によって配管内の自然循環流が生じる構造となっている。高圧可視化実験装置においてはこのIC配管内の自然循環を模擬するために、IC模型部を压力容器の上方約4mに配置している。この実験装置に压力容器から飽和蒸気を供給して冷却実験を行い、圧力、流量、压力容器水位、伝熱管内の6箇所の温度等を測定した。

図5に、実験中に撮影したIC模型部の写真を示す。このように冷却水タンク内の様子が観察できる構造となっている。伝熱管内に蒸気が存在する領域では、蒸気凝縮に伴う熱伝達率が大きく伝熱管の外表面で激しく沸騰が起こっている様子が確認できる。図6に測定した圧力の時間変化を示す。压力容器に溜められた水は崩壊熱を模擬した4.5kWのヒーターで実験中も加熱されており、発

熱量をIC模型部での除熱量が上回って圧力が低下していることが確認された。時間の経過と共に圧力の低下は緩やかになっており、これは伝熱管内の蒸気温度と冷却水温度の温度差が減少することと蒸気の供給量が低下することに起因していると考えられる。実験中に压力容器内の圧力は約0.6MPaまで低下した。

次に、TRAC-BF1コード[2]を用いた実験解析を実施した。IC模型部における伝熱管内の入口温度と出口温度を図7と図8にそれぞれ示す。伝熱管入口温度は、飽和温度とほぼ一致しており、IC模型部まで飽和状態の蒸気が供給されていることがわかる。出口温度は飽和温度を下回っており、伝熱管内で大部分の蒸気が凝縮していると考えられる。また、解析結果では入口温度は実験に近い値が得られているものの、出口温度を過小評価しており、IC模型部での除熱量が実験データよりも過大評価となっている。今後、解析に使用する熱伝達モデルの影響等について詳細に分析し、実験データを再現できる解析条件や適用する解析モデルを検討すると共に、実験解析にも実験で得られた知見を反映していく必要がある。

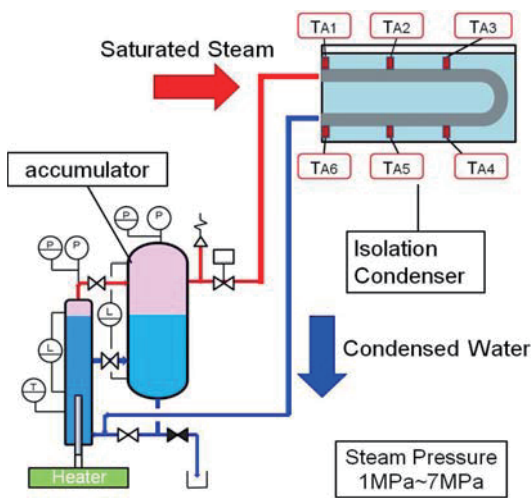


図4 高圧可視化実験装置

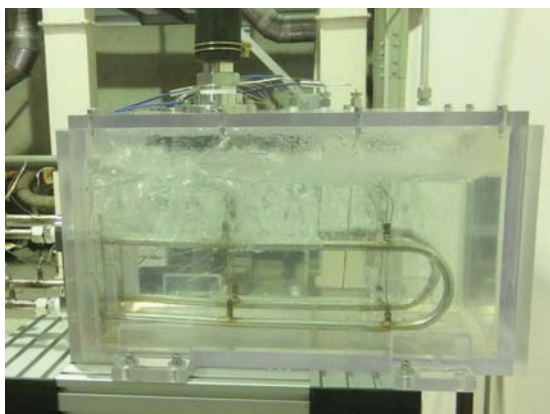


図5 実験中のIC模型部

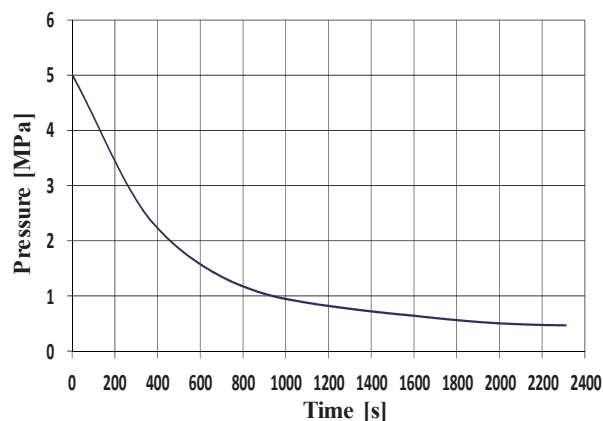


図6 圧力の測定結果

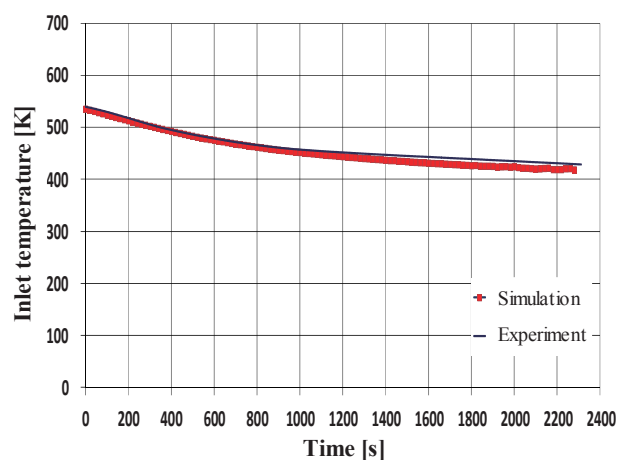


図7 伝熱管入口温度

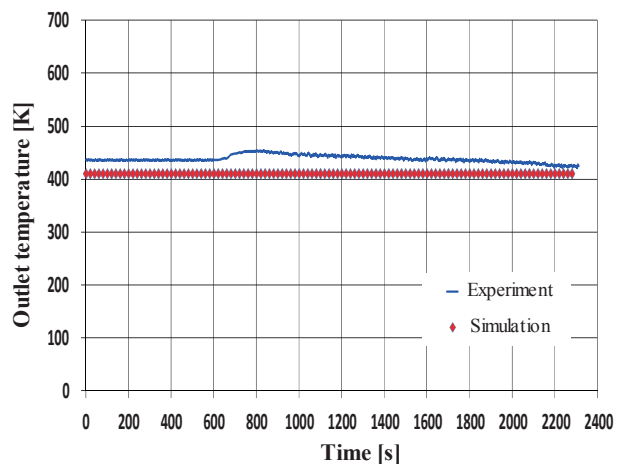


図8 伝熱管出口温度

4. 結言

福島第一原子力発電所1号機のICの冷却性能を評価するために、二相流解析コードを用いた実機体系での解析とICを模擬した高圧可視化実験及び実験解析を実施した。TRAC-BF1コードを用いて実機体系での解析を行った結

果、ICの再起動が試みられた18時18分に通常通りICが作動していれば冷却能力が発熱量を上回り、炉心冷却が維持できるという結果となった。しかし、解析結果では炉心露出時刻が17時30分となっており、これ以降のICの動作状況を正しく評価するためには、ジルコニウム・水反応の結果として発生する水素の影響を適切に考慮するための検討が必要であると考えられる。

高圧可視化実験によってBWRの実機相当の高圧条件下でICを模擬した体系における除熱データを取得した。また、ICによって崩壊熱相当の発熱量の熱除去が十分に行えることを確認した。今後は、高圧実験によって得られたデータを二相流解析コードでより精確に再現できるように適用する伝熱モデル等の影響について検討を行い、得られた知見を実機解析に反映していく必要がある。

謝辞

本研究は、研究室の卒業生である中部電力の下江知弘氏とJAEAの秋本肇氏の協力の下に実施された。ここに感謝の意を表す。

参考文献

- [1] T. Narabayashi, “Energy Technology Roadmaps of Japan: Future Energy Systems Based on Feasible Technologies Beyond 2030”, Springer, 2016, pp. 57-105.
- [2] J. A. Borkowski, and N. L. Wade, “TRAC-BF1/MOD1 : An Advanced Best-Estimate Computer Program for BWR Accident Analysis”, NUREG/CR-4356 (EGG-2626), 1992.
- [3] 独立行政法人原子力安全基盤機構原子力システム安全部, “福島第一原子力発電所1号機非常用復水器(IC)作動時の原子炉挙動解析”, 2011.
- [4] 原子力災害対策本部, “原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書”, 2011.
- [5] 玉井秀定、秋本肇、高瀬和之, “TRAC-BF1を用いた福島第一原発1号機の事故における非常用復水器の影響に関する研究”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 11, No. 1, 2012, pp. 8-12.
- [6] 小林正英、奈良林直、辻雅司、千葉豪、川本洋右、下江知弘, “福島第一原子力発電所1号機の事故分析”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 14, No. 1, 2015, pp. 12-24.
- [7] 下江知弘、奈良林直、千葉豪、辻雅司, “非常用復水器を用いた過酷事故防止策に関する研究”, 日本保全学会第10回学術講演会予稿集, E-3-3, 2013.